

ANALISIS NEUTRONIK PADA REAKTOR CEPAT DENGAN VARIASI BAHAN BAKAR (UN-PuN, UC-PuC DAN MOX)

Dina Cinantya N, Dian Fitriyani

Jurusan Fisika FMIPA Universitas Andalas

e-mail: cinantya@yahoo.com

ABSTRAK

Analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi bahan bakar telah dilakukan pada penelitian ini. Penelitian dilakukan secara simulasi komputasi terhadap reaktor cepat berpendingin logam cair Pb-Bi dengan variasi tiga jenis bahan bakar campuran yaitu UN-PuN, UC-PuC, dan MOX. Perhitungan difusi neutron multigrup dilakukan untuk geometri teras reaktor 3D berukuran medium. Parameter-parameter neutronik yang diamati meliputi faktor multiplikasi neutron (k_{eff}), distribusi fluks neutron, dan distribusi daya. Pada awal operasi, reaktor diatur dalam kondisi kritis yang ditunjukkan dengan nilai keff dalam rentang 0,998 sampai 1,002 dengan cara mengatur fraksi fisil (pengayaan) bahan bakar pada setiap bagian teras. Hasil simulasi menunjukkan bahwa ketiga jenis bahan bakar yang digunakan akan memberikan pengaruh yang berbeda pada karakteristik neutroniknya. Untuk mencapai kondisi kritis, MOX memerlukan fraksi pengayaan yang paling besar (25,8% hingga 30%) dibandingkan UN-PuN (12,83% hingga 14%) dan UC-PuC (12,8% hingga 14,9%). UN-PuN menghasilkan distribusi fluks neutron dan distribusi daya tertinggi yaitu $1,1446 \times 10^5$ n/cm².s dan 471,676 MW/cm³ dibandingkan UC-PuC ($1,0708 \times 10^5$ n/cm².s dan 459,195 MW/cm³) dan MOX ($0,6926 \times 10^5$ n/cm².s dan 449,556 MW/cm³). Hal ini disebabkan oleh tingginya rapat UN-PuN sehingga menyebabkan probabilitas reaksi fisi tinggi dan secara tidak langsung akan menyebabkan jumlah neutron di teras bertambah.

Kata kunci: reaktor cepat, UN-PuN, UC-PuC, MOX, fraksi fisil, reaktivitas, distribusi fluks neutron, rapat daya

ABSTRACT

The research on neutronic analysis on fast reactor with fuel variation has been done. It is carried out by computation simulation on liquid metal Pb-Bi cooled fast reactor with three variation of mixed fuel that is UN-PuN, UC-PuC, and MOX. Multigroup neutron diffusion are calculations carried out at 3D and medium size reactor core geometry. Neutronic parameters which is observed include neutron multiplication factor (k_{eff}), neutron flux distribution, and power distribution. At the beginning of operation, the reactor is set in a critical condition indicated with the value of keff in range 0.998 to 1.002 by arrange the fissile fraction (enrichment) of fuel on each core region. Simulation result shows that three fuel variation used will gave different influence on its neutronic characteristic. To achieve critical condition, MOX needs largest fissile fraction (25.8% to 30%) compare with UN-PuN (12.83% to 14%) and UC-PuC (12.8% to 14.9%). UN-PuN produce the highest neutron flux distribution and power density, that is $1,1446 \times 10^5$ n/cm².s and 471.676 MW/cm³ compare with UC-PuC ($1,0708 \times 10^5$ n/cm².s and 459.195 MW/cm³) and MOX ($0,6926 \times 10^5$ n/cm².s and 449.556 MW/cm³). It is caused by the highest density of UN-PuN fuel so that produce the highest fission reaction probability and eventually it will increase the amount of neutron in core.

Keyword: fast reactor, UN-PuN, UC-PuC, MOX, fissile fraction, reactivity, neutron flux distribution, power density

I. PENDAHULUAN

Dalam perancangan suatu reaktor nuklir dibutuhkan analisis yang komprehensif. Secara umum analisis tersebut meliputi analisis neutronik, analisis termalhidrolik, dan analisis keselamatan. Serangkaian perhitungan neutronik pada perancangan reaktor nuklir sangat diperlukan untuk mengetahui informasi-informasi seperti harga faktor multiplikasi, distribusi fluks neutron, dan distribusi daya.

Analisis neutronik pada reaktor cepat telah banyak dilakukan, seperti analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi bahan pendingin jenis logam cair (Na, Pb, dan PbBi), yang menghasilkan suatu kesimpulan bahwa penggunaan Pb-Bi pada desain reaktor cepat memberikan karakteristik neutronik yang optimal (Nurwinda, 2009), dan hasil studi terhadap

desain reaktor cepat modular berpendingin PbBi dan berbahan bakar *nitride* menunjukkan bahwa reaktor cepat dengan pendingin Pb-Bi dan bahan bakar uranium *nitride* yang diteliti menunjukkan karakteristik neutronik dan kinerja *burnup* yang optimal (Rivai, 2001). Untuk melengkapi informasi mengenai karakteristik reaktor cepat berpendingin PbBi secara menyeluruh masih banyak aspek yang harus ditinjau. Salah satunya adalah karakteristik neutronik dari pemakaian beberapa jenis campuran bahan bakar pada reaktor ini.

Beberapa jenis bahan bakar campuran yang dapat digunakan pada reaktor cepat adalah campuran uranium plutonium *nitride* (UNPuN), campuran uranium plutonium *carbide* (UCPuC), campuran uranium plutonium *oxide* (MOX), dan lain-lain (Waltar dan Reynolds, 1981). Tabel 1 menunjukkan perbandingan karakteristik bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini yaitu UNPuN, UCPuC, dan MOX.

Tabel 1 Perbandingan karakteristik bahan bakar UNPuN, UCPuC, dan MOX

Parameter	Bahan Bakar		
	MOX	(U,PU)C	(U,PU)N
Rapat (g/cm^3)	11	13,6	14,3
Rapat atom fisil (g/cm^3)	9,7	12,9	13,5
Titik leleh cair ($^{\circ}\text{C}$)	2775	2480	2780
Titik leleh padat ($^{\circ}\text{C}$)	2740	2325	2720
Konduktivitas termal (1000°C , W/mK)	2,9	19,6	19,8
Ekspansi termal antara 20°C dan 1000°C ($10^{-6}/^{\circ}\text{C}$)	12,6	12,4	10

II. METODE

Penelitian mengenai analisis neutronik pada reaktor cepat dengan variasi bahan bakar (UNPuN, UCPuC, dan MOX) ini dilakukan secara simulasi komputasi dengan menggunakan kode pemrograman DTRIDI FBR yang berbasis bahasa pemrograman Borland Delphi 7.0. DTRIDI-FBR merupakan pengembangan dari kode komputasi FLITBCHI yang berbasis bahasa pemrograman Fortran. Model reaktor cepat berpendingin logam cair yang digunakan adalah model reaktor daya berukuran sedang dengan spesifikasi desain secara umum diperlihatkan pada Tabel 2.

Tabel 2 Spesifikasi desain reaktor

Parameter	Spesifikasi
Daya Reaktor	150 MWt
Variasi Pendingin	PbBi
Bahan Sheilding	B_4C + Stainless Steel
Bahan Bakar	UNPuN, UCPuC, MOX
Pengayaan (Enrichment) Bahan Bakar	10% - 30 %
<i>Reactivity Swing</i>	Max. 0,002
Diameter Pin Bahan Bakar	1,0 cm
Tebal Cladding	0,05 cm
Pin Pitch Bahan Bakar	1,2 cm
Temperatur Masukan Rata-Rata	330°C
Temperatur Keluaran Rata- Rata	500°C
Fraksi Vol.Bahan Bakar / Struktur / Pendingin	45% / 15% / 40%

Pada penelitian ini pendingin yang digunakan adalah timbal bismuth (PbBi) dengan komposisi 44,5% Pb dan 55,5% Bi. Sifat yang menguntungkan dari penggunaan PbBi sebagai

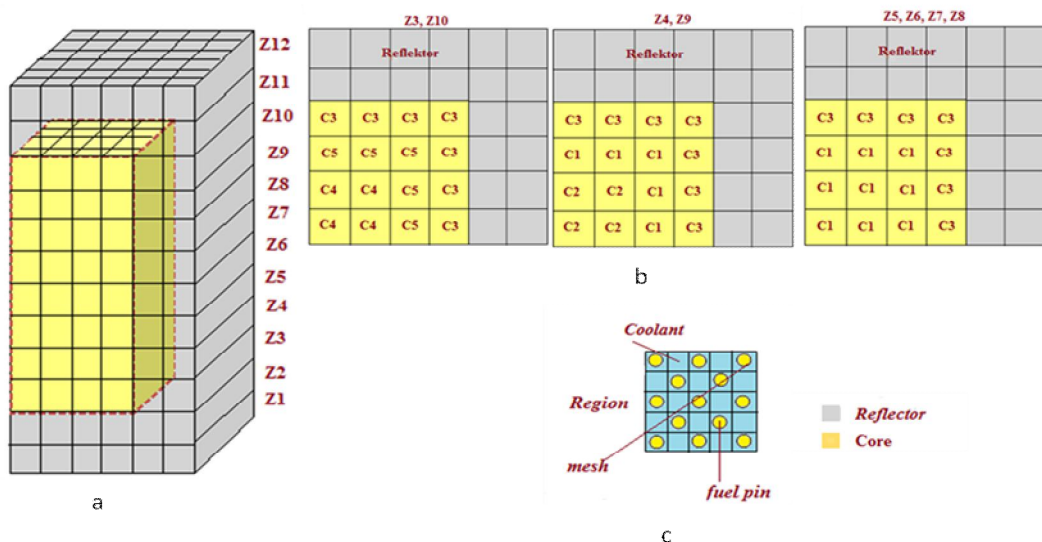
pendingin reaktor adalah karena titik leleh yang rendah dan titik didih yang tinggi. Kelemahannya cukup agresif terhadap besi dan *stainless steel* terutama pada temperatur tinggi.

Jenis-jenis bahan bakar yang digunakan pada penelitian ini adalah bahan bakar campuran uranium-plutonium *nitride*, uranium-plutonium *carbide*, dan MOX. Tabel 3 menunjukkan komposisi massa dari masing-masing bahan bakar yang digunakan.

Tabel 3 Komposisi massa yang digunakan

No	Jenis Bahan Bakar		Komposisi (%)					
1	UN-PuN	UN	U-235		U-238		N-15	
			0,659		93,412		5,929	
		PuN	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	N-15
			2,202	61,508	25,634	2,644	2,118	5,894
2	UC-PuC	UC	U-235		U-238		C	
			0,677		94,519		4,804	
		PuC	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	C
			2,18	62,81	25,54	2,65	2,13	4,69
3	MOX	UO ₂	U-235		U-238		O	
			0,627		87,523		11,85	
		PuO ₂	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	O
			2,02	58,28	23,69	2,45	1,97	11,59

Penelitian dilakukan terhadap geometri teras berbentuk kubus 3 dimensi dengan ukuran 80x80x80 cm. Susunan konfigurasi teras dapat dilihat pada Gambar 1. Z1, Z2, Z11, dan Z12 merupakan bagian reflektor pelindung teras yang berisi bahan pendingin, sedangkan Z3-Z10 merupakan bagian teras. Jenis bahan pendingin yang digunakan adalah PbBi. Teras dibedakan dengan simbol C1 sampai C5 untuk memudahkan pengaturan komposisi pengayaan bahan bakar pada masing-masing bagian. Tabel 3 menunjukkan spesifikasi disain reaktor cepat yang digunakan.



Gambar 1 (a). Pembagian teras arah sumbu z, (b). Distribusi komposisi teras (c). Mesh dan komposisinya

Rangkaian perhitungan neutronik yang dilakukan pada penelitian ini, diawali dengan menghitung fluks neutron hingga diperoleh nilai fluks neutron yang konvergen. Setelah itu, perhitungan dilanjutkan dengan menghitung nilai faktor multiplikasi (k_{eff}) hingga diperoleh keadaan reaktor dalam kondisi kritis yaitu nilai k_{eff} dalam range 0,998 hingga 1,002 atau nilai reaktivitas yang diperoleh berada dibawah nilai *reactivity swing* (0,002). Untuk mencapai keadaan kritis diperlukan pengaturan fraksi fisil atau pengayaan bahan bakar. Setelah dilakukan perhitungan terhadap fluks neutron dan faktor multiplikasi, maka dapat dihitung distribusi daya yang dihasilkan.

III. HASIL DAN DISKUSI

3.1 Tinjauan Nilai Faktor Multiplikasi (k_{eff})

Nilai faktor multiplikasi (k_{eff}) yang diperoleh dari rangkain perhitungan neutronik yang dilakukan, dapat menunjukkan kondisi kekritisan teras reaktor. Kondisi kritis ($k_{eff} \sim 1$) dapat dicapai melalui pengaturan pada pengayaan (*enrichment*) bahan bakar di teras. Hasil pengaturan pengayaan bahan bakar dengan masing-masing penggunaan bahan bakar dan nilai k_{eff} yang diperoleh ditunjukkan pada Tabel 4.

Tabel 4 Pengaturan fraksi pengayaan bahan bakar

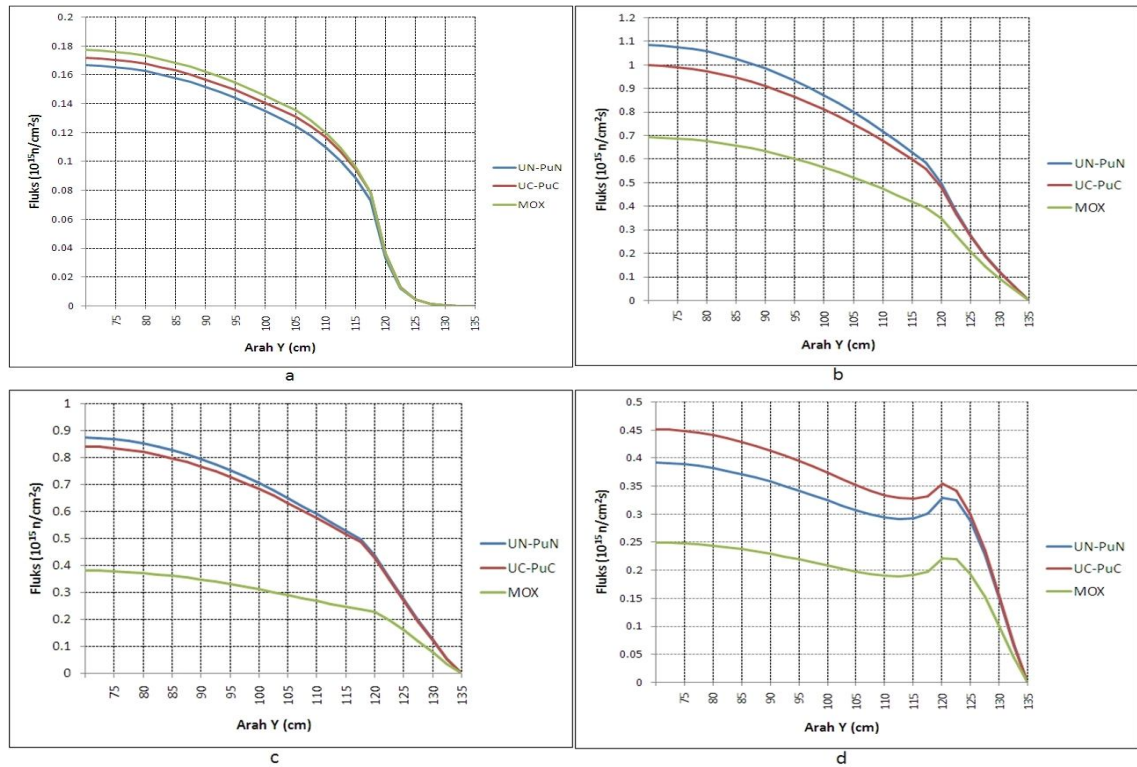
Bahan Bakar	Fraksi Pengayaan Bahan Bakar (%)					k_{eff}
	C1	C2	C3	C4	C5	
UN-PuN	12,83	14	13,4	13,9	13,8	1,0005095
UC-PuC	13	14,9	14	14,7	12,8	1,0001348
MOX	25,8	28,5	27,5	28,9	30	1,0002349

Pada Tabel 4 terlihat bahwa untuk mencapai kondisi kritis, maka diperlukan fraksi pengayaan yang berbeda-beda pada setiap penggunaan jenis bahan bakar yang berbeda. Pada MOX diperlukan pengayaan plutonium dioxide (PuO_2) sebesar 25,8% hingga 30%, untuk bahan bakar campuran nitride (UN-PuN) dibutuhkan pengayaan PuN sebesar 12,83% hingga 14%, dan pengayaan PuC sebesar 12,8% hingga 14,9% diperlukan pada UC-PuC. Disain teras dengan bahan bakar MOX memerlukan fraksi pengayaan yang lebih besar dibandingkan pada dua jenis bahan bakar lainnya.

Tingginya pengayaan yang diperlukan pada penggunaan bahan bakar MOX ini disebabkan rendahnya rapat bahan bakar MOX (dapat dilihat pada Tabel 1). Rendahnya rapat bahan bakar berarti jumlah bahan fisil di dalam bahan bakar lebih sedikit, sehingga untuk keberlangsungan reaksi fisi di teras diperlukan fraksi pengayaan (berisi bahan fisil) yang lebih besar.

3.2 Distribusi Fluks Neutron

Distribusi fluks neutron menyatakan cacah neutron per satuan luas per satuan waktu pada setiap bagian teras yang bergantung pada probabilitas terjadinya reaksi fisi suatu bahan. Pola distribusi fluks neutron arah x simetris dengan pola distribusi fluks arah y. Gambar 2(a), Gambar 2(b), Gambar 2(c), dan Gambar 2(d) menunjukkan distribusi fluks neutron arah y untuk grup energi neutron pertama, ketiga, kelima, dan ketujuh pada penggunaan bahan bakar campuran *nitride* (UN-PuN), campuran *carbide* (UC-PuC), dan campuran *oxide* (MOX) secara berurutan.

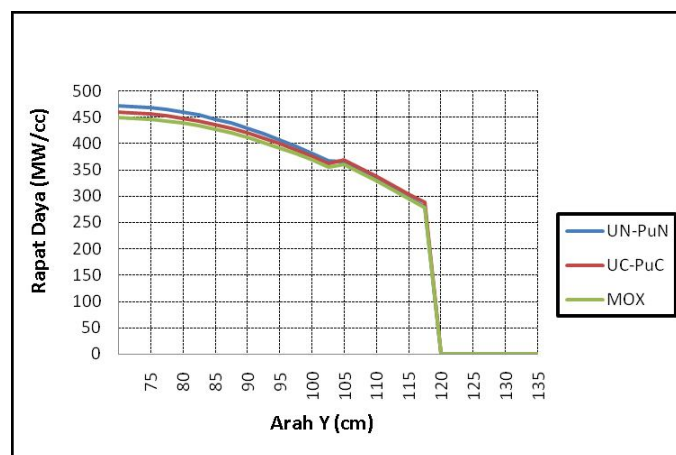


Gambar 2 Distribusi fluks neutron pada: (a) grup energi neutron pertama, (b) grup energi neutron ketiga, (c) grup energi neutron kelima, (d) grup energi neutron ketujuh

Distribusi fluks neutron yang tertinggi secara umum dicapai pada penggunaan bahan bakar UN-PuN terutama pada grup energi ketiga, seperti yang terlihat pada Gambar 2b. Tingginya distribusi fluks neutron yang dihasilkan pada penggunaan bahan bakar UN-PuN ini disebabkan tingginya rapat atom yang dimiliki oleh bahan bakar UN-PuN yang secara tidak langsung akan menyebabkan tingginya probabilitas terjadinya reaksi fisi (penampang lintang fisi) karena penampang lintang fisi (Σ_f) sebanding dengan rapat atom (N) seperti ditunjukkan pada persamaan $\Sigma_f = N\sigma_f$. Tingginya probabilitas terjadinya reaksi fisi akan meningkatkan jumlah neutron yang ditunjukkan dengan tingginya fluks neutron di teras.

3.3 Distribusi Daya

Distribusi daya menyatakan besarnya daya yang dihasilkan per satuan volume pada suatu *mesh*. Gambar 3 menunjukkan pola distribusi daya dari penggunaan ketiga jenis bahan bakar.



Gambar 3 Pola distribusi daya untuk penggunaan ketiga jenis bahan bakar

Dari ketiga pola distribusi daya dapat terlihat bahwa pola distribusi daya dari ketiga penggunaan jenis bahan bakar hampir mendekati bentuk pola yang merata. Pola distribusi daya yang merata juga ditunjukkan dengan kecilnya nilai *power peaking factor* (*ppf*) yang diperoleh dari penggunaan ketiga jenis bahan bakar. Tabel 5 menunjukkan nilai fluks neutron maksimum, rapat daya maksimum dan nilai *ppf* yang diperoleh dari penggunaan masing-masing bahan bakar.

Tabel 5 Nilai rapat daya maksimum dan nilai *power peaking factor* (*ppf*)

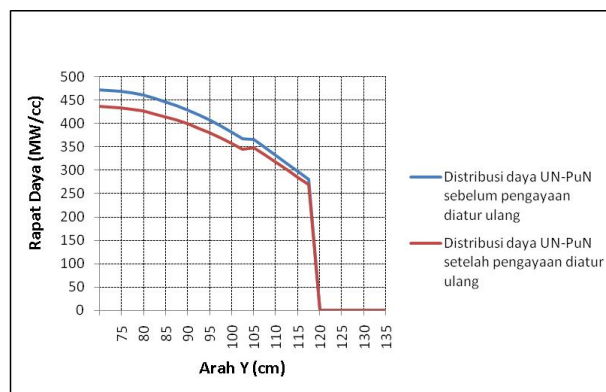
Bahan Bakar	Fluks Maksimum ($10^{15} \text{ cm}^3 \cdot \text{s}$)	Rapat Daya Rata-rata	Rapat Daya Maksimum (MW/cm^3)	<i>Ppf</i>
UN-PuN	1,1446	399,102	471,676	1,181842
UC-PuC	1,0708	394,539	459,195	1,163875
MOX	0,6926	386,626	449,556	1,160049

Pada Gambar 3 dan Tabel 5 dapat dilihat bahwa untuk rapat daya tertinggi diperoleh oleh bahan bakar UN-PuN sesuai dengan tingginya fluks neutron yang diperoleh oleh bahan bakar tersebut. Jika fluks neutron yang diperoleh tinggi, maka rapat dayanya juga akan tinggi karena rapat daya dan fluks neutron berbanding lurus.

Pada Tabel 5 juga dapat dilihat bahwa dari penggunaan ketiga jenis bahan bakar pada reaktor cepat, bahan bakar UN-PuN memiliki nilai *ppf* yang lebih tinggi dibandingkan dengan penggunaan dua bahan bakar lainnya. Nilai ini sesuai dengan pengaturan pengayaan yang digunakan, pengayaan yang berbeda disetiap bagian teras akan memberikan distribusi rapat daya yang tidak merata. Distribusi rapat daya yang merata dapat diperoleh melalui pengaturan posisi dan fraksi pengayaan bahan bakar pada masing-masing bagian teras. Hal ini dapat dibuktikan dengan mencoba mengatur kembali pengayaan pada salah satu bahan bakar, misalnya pada bahan bakar UN-PuN. Pada Tabel 6 dapat dilihat perbandingan nilai *ppf* yang diperoleh sebelum dan setelah dilakukan pengaturan ulang fraksi pengayaan Plutonium Nitride (PuN).

Tabel 6 Perbandingan nilai *ppf* sebelum dan setelah dilakukan pengaturan ulang fraksi bahan bakar UN-PuN

Kondisi	Fraksi pengayaan PuN (%)					k_{eff}	Rapat Daya Maksimum (MW/cm^3)	<i>ppf</i>
	C1	C2	C3	C4	C5			
Sebelum	12,83	14	13,4	13,9	13,8	1,0005095	471,676	1,181842
Setelah	12	12,5	12,8	12,5	20	0,9998109	437,333	1,162731



Gambar 4 Perbandingan distribusi daya UN PuN sebelum dan setelah diatur ulang pengayaan bahan bakar

Pada Tabel 6 dapat dilihat bahwa setelah dilakukan pengaturan ulang fraksi pengayaan terhadap bahan bakar UN-PuN, diperoleh nilai ppf lebih rendah dibandingkan sebelum diatur ulang. Artinya pengaturan fraksi pengayaan bahan bakar juga akan mempengaruhi distribusi rapat daya, yang dapat dilihat pada Gambar 4.

IV. KESIMPULAN

Untuk mencapai kondisi reaktor yang kritis, MOX memerlukan fraksi pengayaan yang paling besar (25,8% hingga 30%) dibandingkan UN-PuN (12,83% hingga 14%) dan UC-PuC (12,8% hingga 14,9%). UN-PuN memiliki distribusi fluks neutron yaitu $1,1446 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2\cdot\text{s}$ dibandingkan UC-PuC ($1,0708 \times 10^5 \text{ n/cm}^2\cdot\text{s}$) dan MOX ($0,6926 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2\cdot\text{s}$). Selain itu, UN-PuN juga memiliki distribusi daya tertinggi ($471,676 \text{ MW/cm}^3$) dibandingkan UC-PuC ($459,195 \text{ MW/cm}^3$) dan MOX ($449,556 \text{ MW/cm}^3$). Berdasarkan distribusi fluks neutron dan distribusi daya yang dihasilkan, maka penggunaan bahan bakar UNPuN pada reaktor cepat berpendingin PbBi menunjukkan kinerja neutronik yang optimal.

DAFTAR PUSTAKA

- Fitriyani, D., 2006, Studi Desain Reaktor Daya Nuklir Berbasis Kapal, Disertasi, Departemen Fisika ITB.
- IAEA-THPH, 2008, *Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data*, IAEA, Vienna.
- Nurwinda, 2009, Analisis Neutronik pada Reaktor Cepat dengan Variasi Bahan Pendingin (Na, NaK, Pb, Pb-Bi), Skripsi S-1, Jurusan Fisika FMIPA UNAND.
- Rivai, A. K., 2001, Studi Desain Reaktor Cepat Modular Berpendingin Pb-Bi dan Berbahan Bakar Nitrida, Thesis, Departemen Fisika ITB.
- Stacey, W.M., 2007, *Nuclear Reactor Physics*, WILEY-VCH Verlag GmbH & CO. KGaA, Germany.
- Su'ud, Z., 1998, FI-ITB: *A Computer Code for Nuclear Reactor Cell Homogenization Calculation*, Proc of Computation in Nuclear Science & Technology VII Seminar, Batan, Jakarta.
- Waltar, A.E. dan Reynolds, A.B., 1981, *Fast Breeder Reactors*, Pergamon Press, U.S.A.